

2. Мефодьева М.П., Крот Н.Н. Соединения трансплутониевых элементов. – М.: Наука, 1987. – 302 с.

ВЫДЕЛЕНИЕ *U* И *Pu* ИЗ ОЯТ РЕАКТОРОВ ВВЭР ЭКСТРАКЦИОННЫМ МЕТОДОМ С ПРИМЕНЕНИЕМ ВЫСАЛИТЕЛЯ $\text{Al}(\text{NO}_3)_3$

Н.А. Журавлев, И.В. Распутин, В.А. Карелин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: nikolay_shuravlev@mail.ru

В настоящее время основным источником получения электроэнергии является ядерная энергетика. По окончании атомной компании накапливается большое количество облученного ядерного топлива, которое подлежит хранению. В связи с этим становится актуальной разработка оптимальных методик переработки облученного ядерного топлива с выделением урана и плутония.

Основным методом отделения урана и плутония от продуктов деления ОЯТ является экстракционные методы [1]. Экстракционная технология переработки облученного ядерного топлива и разделения *U* и *Pu* основана на совместной экстракции U^{6+} в виде $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ и Pu^{4+} в виде $\text{Pu}(\text{NO}_3)_4$ [2]. Во всех существующих технологиях разделение *U* и *Pu* основано на том, что шести- и четырехвалентные *U* и *Pu* хорошо растворимы как в водной фазе, так и в 30 %-ном растворе ТБФ в разбавителе, а Pu^{3+} практически нерастворим в органической фазе ТБФ [3]. При восстановлении *Pu* до трехвалентного состояния он полностью переходит в водный раствор восстановителя и выводится из процесса, в то время как уран целиком остается в органической фазе [4].

В данной работе предлагается разделение *U* и *Pu* в шестивалентном состоянии в виде UO_2^{2+} и PuO_2^{2+} в присутствии высаливателя – нитрата алюминия [5]. Были проведены исследования в области влияния концентрации высаливателя, построены зависимости изменения α_{Pu} от концентрации $\text{Al}(\text{NO}_3)_3$ в растворах нитрата уранила.

Проведены исследования в области влияния высаливателя на поведение примесей в ОЯТ [6]. Построены графики зависимости коэффициента распределения нептуния от концентрации азотной кислоты при экстракции 30 % трибутилфосфатом в керосине с концентрацией высаливателя $\text{Al}(\text{NO}_3)_3$, равной 1,5 М [7].

Таким образом, анализируя полученные результаты исследований можно сделать вывод о том, что наиболее опасные примеси – *Np*, *Zr* и *Tc* – в присутствии высаливателя – 1,5-2,0 М $\text{Al}(\text{NO}_3)_3$ практически не экстрагируются и не оказывают существенного влияния на процесс экстракционной переработки керамического ОЯТ [8].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Копырин А.А. Технология производства и радиохимической переработки ядерного топлива. М.: ЗАО «Издательство Атомэнергоиздат», 2006. 576 с.
2. Громов Б.В. Химическая технология облученного ядерного топлива. М.: Атомиздат, 1971. 448 с.
3. Зильберман Б.Я. // Журн. радиохимия. 2014. Т. 56. № 6. С. 497-505.
4. Мефодьева М.П. Соединения трансплутониевых элементов. М.: Наука, 1987. 302 с.
5. Пузиков Е.А. // Журн. радиохимия. 2013. Т. 55. № 2. С. 140-155.
6. Громов Б.В. Химическая технология облученного ядерного топлива. М.: Энергоатомиздат, 1983. 352 с.

7. Garraway J. // J. Less-Common Met., 1984. Vol. 97. P. 91-203.
8. Спицын В.И. Технеций. М.: Наука, 1981. 147 с.

ПОЛУЧЕНИЕ БОРИДА ВОЛЬФРАМА МЕТОДОМ МЕХАНИЧЕСКИ АКТИВИРОВАННОГО САМОРАСПРОСТРАНЯЮЩЕГОСЯ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО СИНТЕЗА

В.В. Закусилов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: vvzakusilov@tpu.ru

Активное внедрение ядерных технологий в науку, промышленность и медицину создаёт потенциальную угрозу радиационной опасности для человека и окружающей среды, провоцируя поиск эффективных защитных материалов и способов их получения.

Наиболее опасными видами излучения являются нейтронное и гамма-излучение, имеющие высокую проникающую способность. Формирование эффективной защиты от потоков гамма-квантов, образующихся в результате ядерных реакций, заключается в использовании материалов, обладающих большой плотностью и высоким эффективным атомным номером вещества. Принцип ослабления потоков нейтронного излучения основывается на замедлении высокоэнергетических нейтронов, посредством реакций рассеяния, и поглощении низкоэнергетических нейтронов. Поэтому для эффективной защиты материал должен содержать в своём составе, как лёгкие, так и тяжёлые элементы [1, 2].

Материалы, используемые для защиты от радиоактивного излучения, должны обладать эффективными защитными характеристиками, конструкционной, радиационной и химической стойкостью. Одной из перспективных технологий порошковой металлургии, позволяющей получить материалы с заранее заданными свойствами, является самораспространяющийся высокотемпературный синтез.

Для получения защитного материала от нейтронного и гамма-излучения использовалась механически активированная смесь порошков вольфрама и бора (1):



Экспериментальная проверка, защитных свойств синтезированного материала на основе боридов вольфрама, проводилась при вариации толщины экранов, в сравнении, с традиционно применяемыми материалами в технике радиационной защиты – свинцом и графитом. Источниками гамма-квантов были выбраны изотопы ^{137}Cs и ^{60}Co , а Pu-Be источник в качестве источника нейтронов.

В результате выполненных исследований установлены технологические основы получения боридов вольфрама и высокая эффективность применения синтезированного материала в качестве радиационно-защитного материала. Использование боридов вольфрама WB исключает необходимость в многослойной защите от вторичного гамма-излучения.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Гусев Н.Г., Машкович В.П., Суворов А.П. Защита от ионизирующих излучений. В 2-х т. Т. I. Физические основы защиты от излучений: Учебник для вузов. Под общ. ред. Н. Г. Гусева. – 2-е изд., перераб. и доп. – М: Атомиздат, 1980. – 461 с.